

АТОМНЫЙ ЦЕНТР НА РОДИНЕ В. И. ЛЕНИНА

Научно-
исследовательский институт
атомных реакторов
им. В. И. Ленина

Димитровград





**АТОМНЫЙ
ЦЕНТР
НА РОДИНЕ
В. И. ЛЕНИНА**

**Научно-
исследовательский институт
атомных реакторов
им. В. И. Ленина**

Дмитровград





Научно-исследовательский институт атомных реакторов им. В. И. Ленина (НИИАР) основан в 1956 г. по инициативе академика И. В. Курчатова. Он расположен в городе Димитровграде недалеко от Ульяновска, родины Владимира Ильича Ленина, чье имя присвоено институту в 1970 г.

НИИАР — один из крупнейших атомных центров СССР, в котором решаются комплексные научно-технические проблемы, стоящие перед атомной наукой и техникой страны в области ядерной энергетики, реакторного материаловедения, химии и физики трансурановых элементов, физики атомного ядра.

Институт занимает площадь более квадратного километра. Имеет уникальные мощные исследовательские и прототипные энергетические атомные реакторы, горячие материаловедческую и радиохимическую лаборатории, технологические корпуса для изготовления опытных изделий и облучательных устройств, вычислительный центр и многие другие комплексы, которые совершенствуются, развиваются и поддерживаются на современном мировом уровне.

НИИАР — многочисленный коллектив, в котором немало высококвалифицированных научных работников, кандидатов

и докторов наук, инженеров и техников, рабочих сложных профессий. **3**

За выдающиеся научно-исследовательские и инженерно-технические достижения работники института удостоены около полутора тысяч наград, среди которых ордена и медали СССР, звания лауреатов Ленинской и Государственных премий СССР и УССР, премия Совета Министров и премия Ленинского комсомола, медали ВДНХ СССР.

Структура института, определяемая основными направлениями его научно-технической деятельности, включает в себя научные отделения и отделы, инженерные подразделения.

В научных исследованиях, осуществляемых в институте, принимают участие специалисты ФЭИ, ИАЭ им. И. В. Курчатова, НИКИЭТ и многих других организаций и учреждений.

СОДЕРЖАНИЕ



ОТДЕЛЕНИЕ РЕАКТОРНОГО МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЯ стр. 6

- 8** Исследовательский реактор СМ-2
- 8** Исследовательский реактор РБТ-6
- 10** Исследовательские реакторы РБТ-10
- 11** Исследовательский реактор МИР
- 14** Горячая материаловедческая лаборатория
- 16** Методическое обеспечение материаловедческих исследований
- 18** Получение, исследование свойств и применение транс-плутониевых элементов
- 19** Исследования в области ядерной физики

ОТДЕЛЕНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ стр. 20

- 22** Опытный реактор на быстрых нейтронах BOR-60
- 24** Экспериментальные стенды
- 25** Опытная атомная станция теплоснабжения АСТ-1 с органическим теплоносителем
- 27** Опытная АЭС с кипящим реактором ВК-50
- 30** Инженерные проблемы энергетических реакторов
- 30** Технология теплоносителей
- 31** Безопасность АЭС и АСТ

**ХИМИКО-
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ
ОТДЕЛЕНИЕ**

стр. 32

- 34** Горячая радиохимическая лаборатория
- 35** Топливный цикл реакторов на быстрых нейтронах
- 35** Химия и технология выделения трансплутониевых элементов
- 37** Разработка методов анализа

**ОТДЕЛЫ
ПОДРАЗДЕЛЕНИЯ
СЛУЖБЫ**

стр. 38

- 39** Отдел вычислительной техники и автоматизации
- 40** Конструкторский отдел
- 42** Отдел патентных исследований и научно-технической информации
- 44** Отдел контрольно-измерительных приборов и автоматики
- 46** Инженерные подразделения
- 49** Подготовка научных кадров
- 50** Международные связи

**Димитровград:
ГОРОД В ЛЕСУ
ИЛИ ЛЕС В ГОРОДЕ!**

стр. 52



ОТДЕЛЕНИЕ
РЕАКТОРНОГО
МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЯ





В отделе́нии реакторно-го материало́ведения проводятся исследования по трем главным научно-техническим направлениям: реакторному материало-ведению; физике и технике исследовательских реакторов; накоплению, изучению свойств и использованию трансплутониевых элементов (ТПЭ). Проводятся также исследования в области ядерной физики.

Основное внимание ученых отделения уделяется выбору и исследованию перспективных конструкционных материалов для оболочек твэлов, пэлов и некоторых других элементов ядерных реакторов и изучению различных видов ядерного топлива.

Работы по физике и технике исследовательских реакторов направлены на совершенствование действующих и создание новых реакторов, облучательных устройств для обеспечения работ по радиационному материаловедению и накоплению ТПЭ; на изучение их характеристик.

Цель работ по накоплению и изучению свойств трансплутониевых элементов — создать эффективную технологию получения и расширить область их применения в народном хозяйстве.

Исследования по ядерной физике нацелены главным образом на изучение свойств ТПЭ

и стартовых материалов для их накопления. **7**

Отделение реакторного материаловедения имеет большие возможности для изготовления экспериментальных твэлов и образцов конструкционных, топливных материалов и материалов на основе ТПЭ. Для исследований используются хорошо оснащенная горячая материаловедческая лаборатория, исследовательские реакторы, а также опытный реактор на быстрых нейтронах БОР-60.

Такое сочетание экспериментальных возможностей позволяет изучать материалы и конструкции, применяемые в ядерной энергетике.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР СМ-2

Исследовательский высокопоточный реактор СМ-2 предназначен для облучения образцов реакторных материалов, изучения их свойств в процессе облучения, для накопления трансурановых элементов и исследований в области ядерной физики. В конструкции реактора впервые реализована идея получения высокой плотности потока тепловых нейтронов в замедляющей полости-ловушке, размещенной внутри активной зоны с жестким нейтронным спектром.

Активная зона реактора сечением 42x42 см и высотой 35 см с отражателем из металлического бериллия размещена в стальном корпусе (диаметр 1,5 м, высота 8 м) и состоит из 28 тепловыделяющих сборок (ТВС). Каждая ТВС сечением 7x7 см содержит около 1 кг урана-235. Под крышкой корпуса находится механизм для перегрузки ТВС без разуплотнения реактора.

Реактор СМ-2 оснащен различными экспериментальными устройствами.

Более 10 ампульных каналов в бериллиевом отражателе предназначены для высокотемпературных испытаний, две высокотемпературные водяные

петли с четырьмя каналами и гелиевая петля с двумя каналами — для испытаний различных конструкционных материалов на коррозионную и радиационную стойкость.

Низкотемпературная водяная петля с шестью каналами используется для опытного накопления изотопов трансурановых элементов и радиоактивных изотопов более легких элементов, а также для исследования работоспособности твэлов реакторов на быстрых и тепловых нейтронах.

Пять горизонтальных каналов с выводом пучков нейтронов из активной зоны предназначены для исследований по физике ядра и нейтронной спектрометрии.

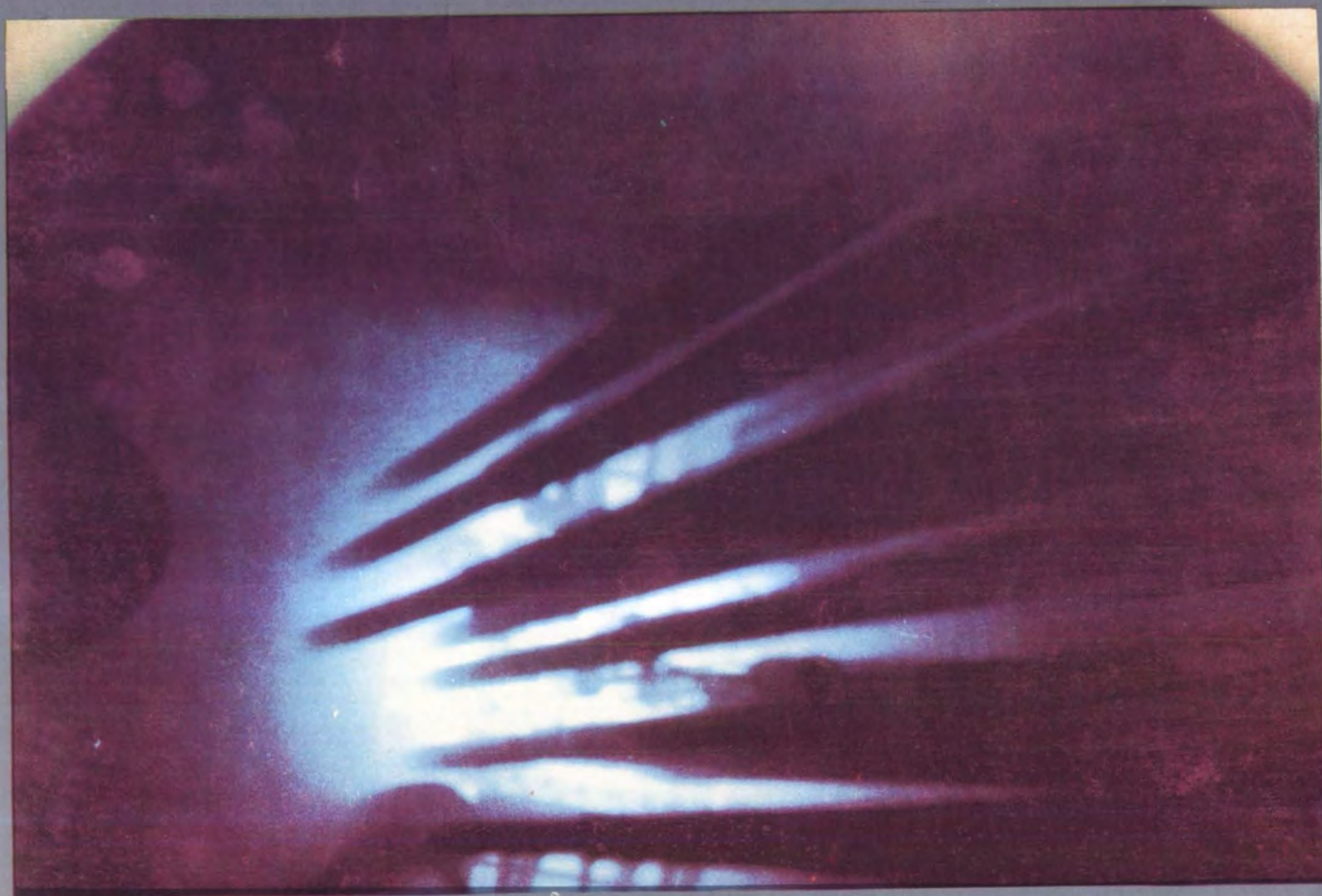
Реактор неоднократно подвергался модернизации. В 1965 г. была увеличена высота активной зоны и эффективность органов СУЗ наряду с другими усовершенствованиями, что обеспечило увеличение количества и объемов экспериментальных каналов, а также номинальной мощности реактора с 50 до 75 МВт. В 1974 г. была выполнена реконструкция теплообменного оборудования, в результате которой мощность увеличена до 100 МВт. В 1978 г. были реализованы практически предельные для существующих контуров охлаждения характеристики реактора. В частности, достигнуты очень большие тепловые нагрузки в активной зоне, что обеспечило плотность потока тепловых нейтронов до $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Одновременно достигнуты и высокие значения характеристик, определяющих экономичность эксплуатации реактора.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР РБТ-6

В институте разработаны, сооружены и успешно эксплуатируются исследовательские реакторы типа РБТ — реакторы бассейнового типа на тепловых нейтронах. Основная особенность этих реакторов состоит в том, что в качестве топлива в них используются отработавшие ТВС высокопоточного реактора СМ-2. Первым реактором подобного типа является реактор РБТ-6 (тепловая мощность 6 МВт), который эксплуатируется с 1975 г.

Активная зона представляет собой в плане квадрат (8x8 ячеек). В 56 из них находятся ТВС, в зазорах между которыми размещены органы СУЗ. Каналы облучения расположены в восьми ячейках, остальные шесть — в боковом отражателе. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в каналах достигает $1,5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. На реакторе действует установка нейтронной радиографии.

Реактор РБТ-6 отличается простотой конструкции. Опыт эксплуатации показал, что реактор исключительно удобен для исследований свойств материалов при высокой стабильности параметров облучения.



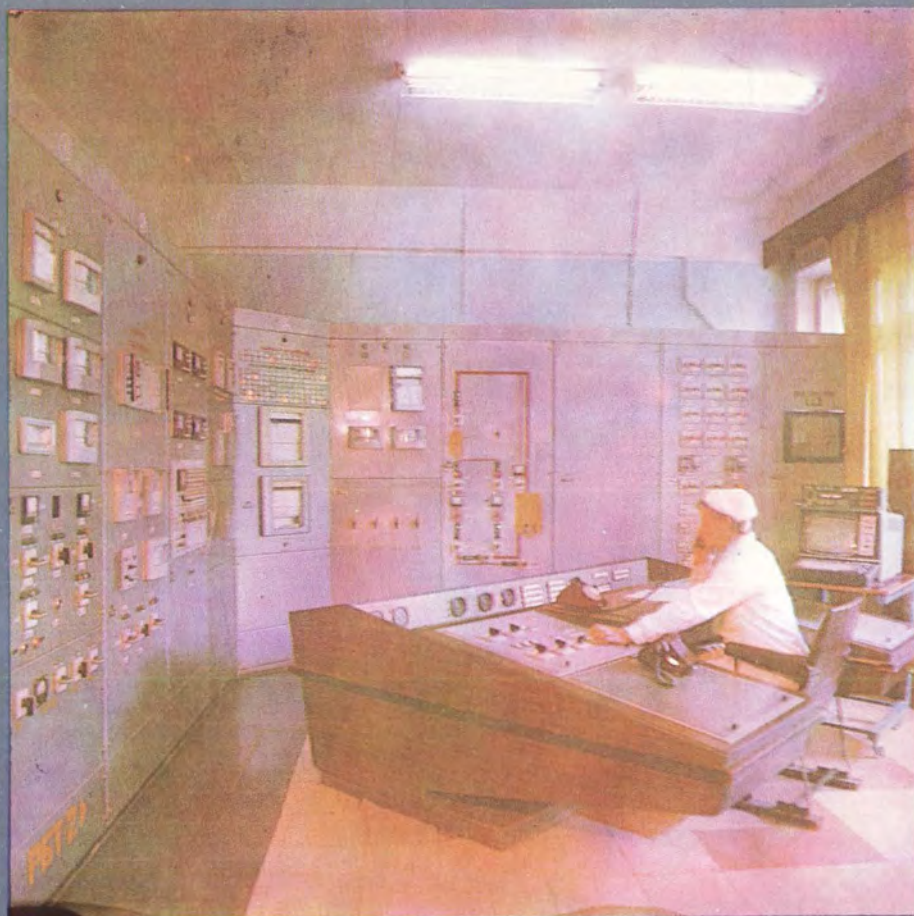
Бассейн с активной зоной
реактора РБТ-6

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ РБТ-10

Исследовательский материаловедческий комплекс РБТ-10 состоит из двух бассейновых реакторов мощностью по 10 МВт каждый. Эти реакторы имеют идентичное исполнение и по основным принципиальным решениям повторяют реактор РБТ-6, однако, в отличие от него, имеют в активной зоне большее число ячеек (10x10), что обеспечивает возможность размещения большего количества каналов для облучения.

В пределах располагаемого числа ячеек активной зоны конфигурация каждого реактора может легко изменяться в зависимости от задач экспериментов. Необходимый запас реактивности обеспечивается набором ТВС с соответствующим выгоранием.

Сбор и обработка информации, получаемой при исследованиях на реакторах, осуществляются с помощью комплекса, построенного на основе ЭВМ типа РРТ.



Пульт управления реактора РБТ-10

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР МИР

Символическое название МИР этот реактор оправдывает назначением: здесь проходят первую проверку и получают путевку в жизнь твэлы будущих атомных электростанций (АЭС).

Испытания твэлов в материаловедческом исследовательском реакторе — так расшифровывается его название — проводятся в условиях, близких по своим радиационным и теплогидравлическим параметрам к предполагаемым рабочим режимам. Материалы и топливные композиции облучаются в петлевых и ампульных устройствах.

Активная зона высотой и диаметром около 1 м погружена в бассейн с водой на глубину 9 м и состоит из 48 ТВС, каждая из которых представляет собой сборку из четырех трубчатых концентрических твэлов с оболочкой из алюминиевого сплава. Замедлитель — вода и бериллий, блоки которого размещены по гексагональной решетке с шагом 150 мм.

Экспериментальные устройства реактора позволяют испытывать ТВС энергетических и исследовательских реакторов с водяным (в том числе

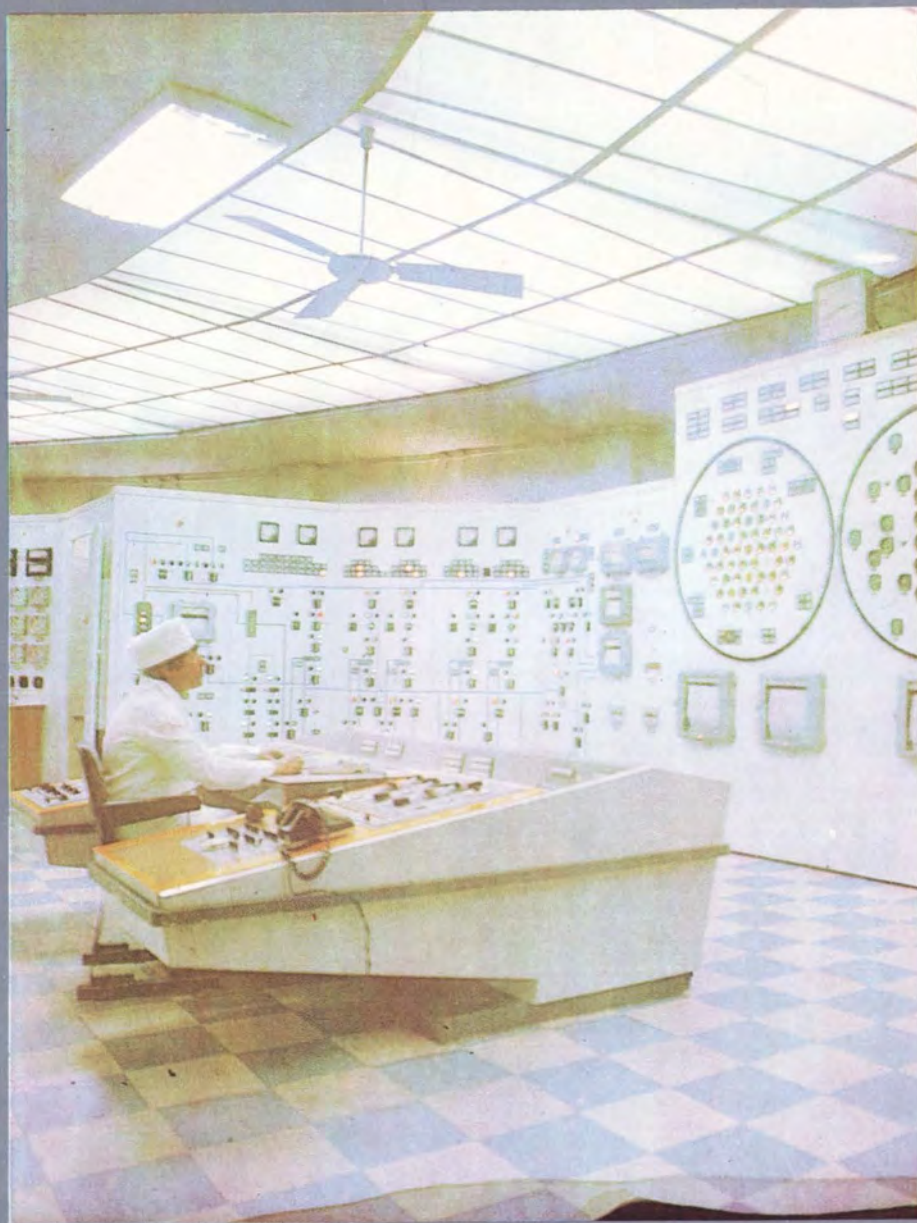


Здание исследовательского
реактора МИР

12 с кипящей водой] и органическим теплоносителями.

Режимы испытаний экспериментально обосновываются на критической сборке — физической модели реактора.

На основе опыта эксплуатации и результатов исследований в 1975 г. была проведена реконструкция реактора, в результате которой изменена компоновка активной зоны и выполнены некоторые технологические усовершенствования. Благодаря этому удалось существенно увеличить эффективность и повысить качество петлевых испытаний.



Пульт управления реактора МИР

Исследовательские атомные реакторы НИИАРа

13

Характеристика	СМ-2	РБТ-6	РБТ-10/1	РБТ-10/2	МИР
Пуск	Октябрь 1961 г.	Октябрь 1975 г.	Декабрь 1983 г.	Декабрь 1984 г.	Декабрь 1966 г.
Мощность (тепловая), МВт	100	6	10	10	100
Максимальная плотность потока нейтронов, см ⁻² ·с ⁻¹	5 · 10 ¹⁵	1,4 · 10 ¹⁴	1,5 · 10 ¹⁴	1,5 · 10 ¹⁴	5 · 10 ¹⁴
Топливо	Диоксид урана с 90%-ным обогащением по урану-235				Уран-алюминиевый сплав с 90%-ным обогащением по урану-235
Замедлитель	Вода	Вода	Вода	Вода	Бериллий и вода
Отражатель	Бериллий	»	»	»	Бериллий
Теплоноситель:	Вода	»	»	»	Вода
температура, °С:					
на входе	50	30—60	45	45	40
на выходе	До 95	40—70	60	60	83
расход, т/ч	2400	550	570	570	2500
давление, МПа	5	0,17	0,18	0,18	1,24
Количество исполнительных органов СУЗ:					
ДР	2	1	1	1	2
КО	5	6	6	6	23
АЗ	4	6	6	6	6

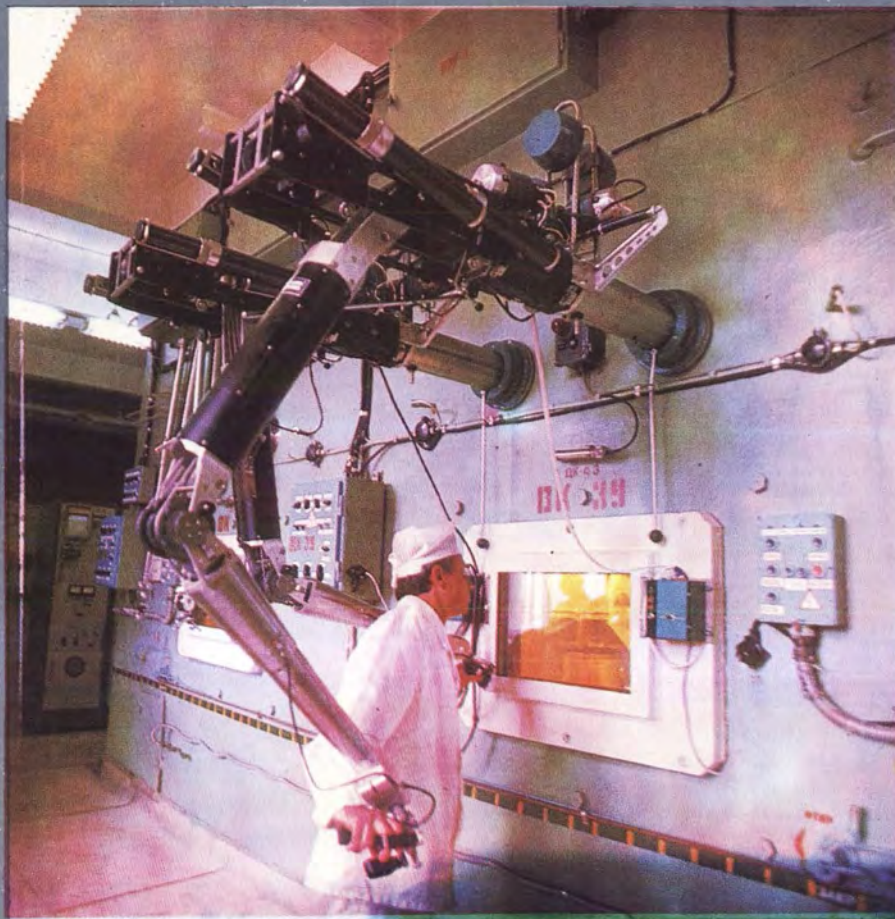
ГОРЯЧАЯ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКАЯ ЛАБОРАТОРИЯ

Горячая материаловедческая лаборатория НИИАРа вступила в строй в начале 1964 г.

В лаборатории проводятся обширные теоретические и экспериментальные работы, направленные на изучение процессов, лежащих в основе радиационного повреждения материалов, и расширяющие представления о связи между различными параметрами облучения и степенью радиационного повреждения материалов. Изучается размерная и структурная стабильность конструкционных и топливных материалов. Проводятся комплексные испытания и материаловедческие исследования различных типов твэлов, пэлов и т. д.

Образцы облученных материалов и отработавшие в реакторах элементы поступают в здание лаборатории в защитных контейнерах и выгружаются в центральную защитную камеру. Металлографические, рентгеновские, электронно-микроскопические и физико-механические исследования облученных в реакторах материалов проводятся в 40 камерах.

Камеры с защитой из тяжелого бетона рассчитаны на безопасную рабо-



Защитные камеры для безопасной работы с радиоактивными материалами



Защитные камеры горячей
материаловедческой лаборатории



Главный корпус горячей
материаловедческой лаборатории

Оператор за работой

ту с радиоактивностью до ста тысяч юри. Камеры с автоматическим или с дистанционным управлением оборудованы устройствами для разделки изделий, испытательными машинами, микроскопами, твердомерами, установками для рентгеноструктурного анализа, определения плотности, газовой выделения, теплопроводности, электропроводности и др.

На основе выполняемых исследований выдаются рекомендации по выбору материалов для различных элементов реакторов.

Получены результаты, связанные с эффектами радиационного набухания, ползучести, низко- и высокотемпературного радиационного охрупчивания конструкционных материалов в условиях быстрых реакторов. На их основе сделаны практические рекомендации по использованию сталей аустенитного и ферритомартенситного классов для оболочек твэлов и чехлов ТВС реакторов на быстрых нейтронах.

Совместно с другими институтами выполнен комплекс работ в обоснование конструкции твэлов реакторов для 5-го блока Нововоронежской АЭС и Финской АЭС в Ловиизе. Изучены механические и коррозионные свойства сплавов циркония для оболочек твэлов и корпусов технологических каналов реакторов РБМК, что позволило выбрать материалы, отвечающие требуемым параметрам эксплуатации.

Выданы рекомендации по составу материалов, которые обеспечивают работоспособность корпусов ядерных реакторов в течение всего времени эксплуатации.

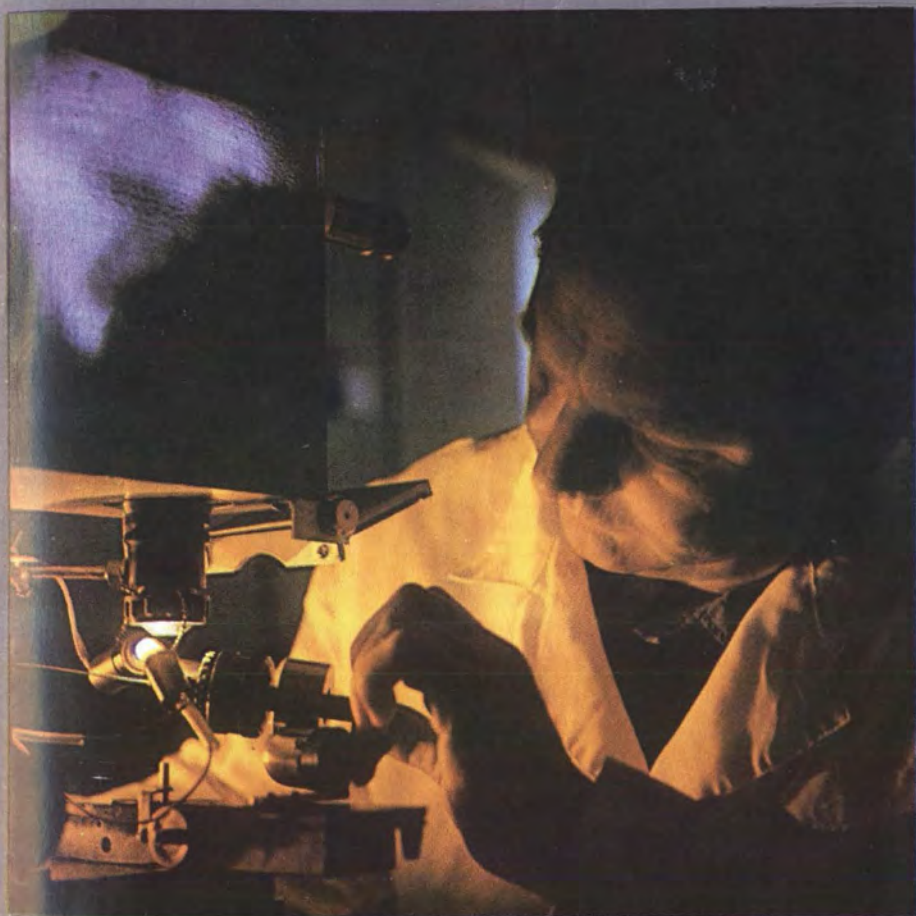
МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Одна из задач отделения — постоянное развитие экспериментальных устройств и совершенствование методики исследований в области реакторного материаловедения.

Для решения текущих и перспективных методических задач разрабатываются и изготавливаются установки и устройства различного назначения: от обычной лабораторной техники до сложных экспериментальных комплексов для накопления и обработки информации. Наряду с установками для изучения характеристик материалов и изделий на облученных образцах в защитных камерах, разрабатываются внутриреакторные облучательные устройства для исследования свойств различных материалов.

Многие методические разработки выполнены на уровне изобретений, экономическая эффективность от внедрения которых составляет ежегодно сотни тысяч рублей.

Для повышения технико-экономических показателей разработаны оптимальные принципы стандартизации, регламентирующей проведение испытаний и обработку экспериментальных данных. Это позволяет обеспечить



Прецизионная лазерная сварка



Цех сборки внутриреакторных
облучательных устройств

Экспонат НИИАРа на ВДНХ СССР
(стенд по стандартизации)

18 сопоставимость результатов исследований и повысить их достоверность. По программе комплексной стандартизации, разработанной в НИИАРе, выпущен ряд государственных и отраслевых стандартов.

НИИАР — головная организация по методикам и оборудованию для внутри- и послереакторных исследований материалов. При институте организован и работает Всесоюзный координационный совет. Отделение реакторного материаловедения координирует обмен информацией между организациями, осуществляет систематизацию методов испытаний и анализ современного состояния методического обеспечения.

ПОЛУЧЕНИЕ, ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ И ПРИМЕНЕНИЕ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Использование высокопоточных облучательных устройств позволило реализовать широкую программу исследований по созданию эффективной технологии получения радионуклидных препаратов. Разрабатываются методы изготовления закрытых радионуклидных источников тепла и ионизирующих излучений, предназначенных для применения в различных областях науки и техники.

Разработанная в институте технология получения трансплутониевых элементов позволяет полностью удовлетворять потребности в них научных центров страны.

Мишени, применяемые для облучения исходных материалов в реакторах, способны сохранять работоспособность при накоплении осколков деления до 1 г/см^3 и при флюенсе быстрых нейтронов до 10^{23} см^{-2} .

Использование широкого энергетического спектра нейтронов дает возможность получать ТПЭ с различным изотопным составом, что в ряде случаев позволяет обходиться без дорогостоящего процесса разделения изотопов. Внедрен эффективный двухстадийный способ синтеза кали-

форния-252 без промежуточной химической переработки: на первой стадии накапливается берклий-249, а на второй он быстро конвертируется в целевой нуклид.

Проведен комплекс исследований, позволивший выделить эйнштейний-253 и эйнштейний-254 для изучения физических и химических свойств этого элемента. Разработано несколько способов получения ТПЭ высокой чистоты в металлическом состоянии. Изготовлены микрограммовые образцы металлического берклия и калифорния и исследованы основные свойства этих металлов.

Нейтронные источники из калифорния-252 различных конструкций, разработанные и изготавливаемые в институте, по качеству не уступают лучшим мировым образцам; не загрязняют окружающей среды и надежны в эксплуатации. Они успешно используются при разведке месторождений полезных ископаемых — полиметаллов, серебра, золота и нефти; при оценке качества изделий методом нейтронной радиографии; для контроля элементного состава материала в производственных процессах. Медицинские источники, применяемые при лечении злокачественных опухолей в ведущих онкоцентрах страны, позволили восстановить здоровье многим больным.

Высокий уровень этих разработок подтверждается большим числом изобретений. Применение получаемых в институте радионуклидов дает большой экономический эффект в народном хозяйстве.

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ



Нейтронные источники
из калифорния-252
различных конструкций,
разработанные и изготовленные
в институте

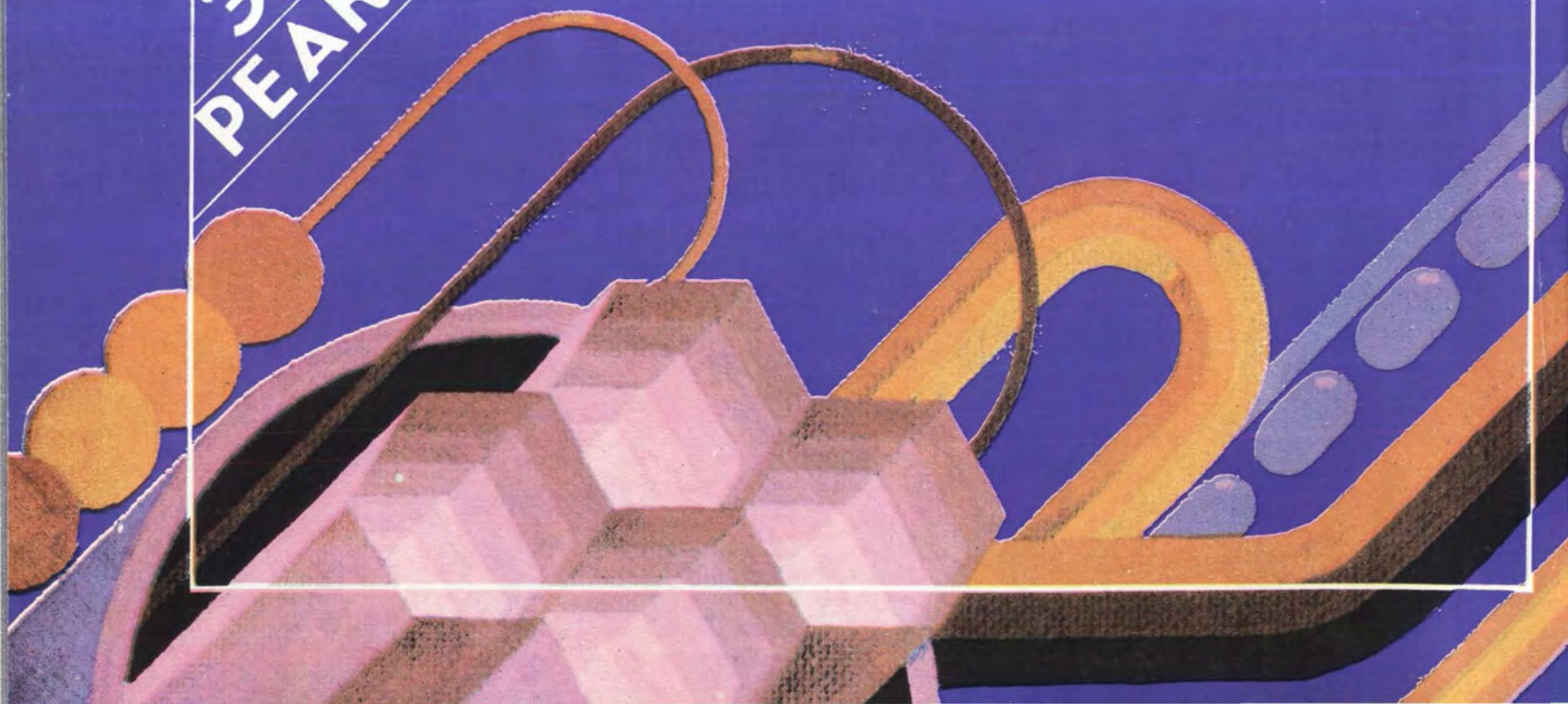
Высокая плотность потока нейтронов в пучках, выведенных с помощью горизонтальных каналов реактора СМ-2 из активной зоны, обеспечивает возможность проведения эффективных исследований в области ядерной физики.

На механическом селекторе нейтронов выполняется программа экспериментов по измерению параметров нейтронных резонансов большого числа радиоактивных и стабильных ядер. В их числе изотопы ТПЭ и осколочных элементов, а также радиоактивные нуклиды, используемые в различных отраслях народного хозяйства.

Выполнены прецизионные измерения спектров мгновенных нейтронов спонтанного деления кюрия-244, -246, -248, калифорния-252 и деления ряда ядер тепловыми нейтронами.

Достигнуты рекордно большие (до 900 секунд) времена хранения ультрахолодных нейтронов, что позволяет измерить время жизни нейтрона с погрешностью около 1—2%.

ОТДЕЛЕНИЕ
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ
РЕАКТОРОВ





В отделеении проводятся исследования по инженерным проблемам энергетических реакторов на тепловых и быстрых нейтронах для атомных электростанций и атомных станций теплоснабжения (АСТ).

При этом изучаются физико-технические характеристики реакторов, исследуются вопросы по технологии теплоносителей — воды, натрия и органических жидкостей, а также проблемы безопасности АЭС и АСТ. Осуществляется экспериментальная проверка технических решений, предусмотренных в проектах АЭС с реакторами типа РБМК, ВВЭР, БН. Выдаются рекомендации для действующих и строящихся блоков станций по ряду технологических схем и конструктивных решений.

Работы по АСТ с водяным теплоносителем включают вопросы, связанные с созданием серийных станций мощностью 500 МВт, первой из которых является Горьковская АСТ. Проводится комплекс исследований, необходимый для внедрения установок с органическим теплоносителем в качестве источников теплоснабжения мощностью от нескольких десятков до 200-300 МВт.

Среди основных задач отделения — обобщение опыта работы реактора на быстрых нейтронах БОР-60, разработка

и испытание парогенераторов натрий-вода, исследования по проблемам безопасности, испытание средств диагностики аварийных ситуаций. Полученные на установке БОР-60 результаты по испытанию твэлов, конструкционных материалов, парогенераторов используются при эксплуатации АЭС БН-350 и БН-600, а также при проектировании более мощных перспективных АЭС.

Основной объем экспериментальных работ выполняется на опытной АЭС ВК-50, опытном реакторе на быстрых нейтронах БОР-60, на атомной станции теплоснабжения АСТ-1 и стендах.

**ОПЫТНЫЙ
РЕАКТОР
НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ
БОР-60**

Реактор БОР-60 является одним из первых в мире экспериментальных реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, работающих в режиме АЭС. Сам факт его создания и эксплуатации является крупным успехом в реакторостроении.

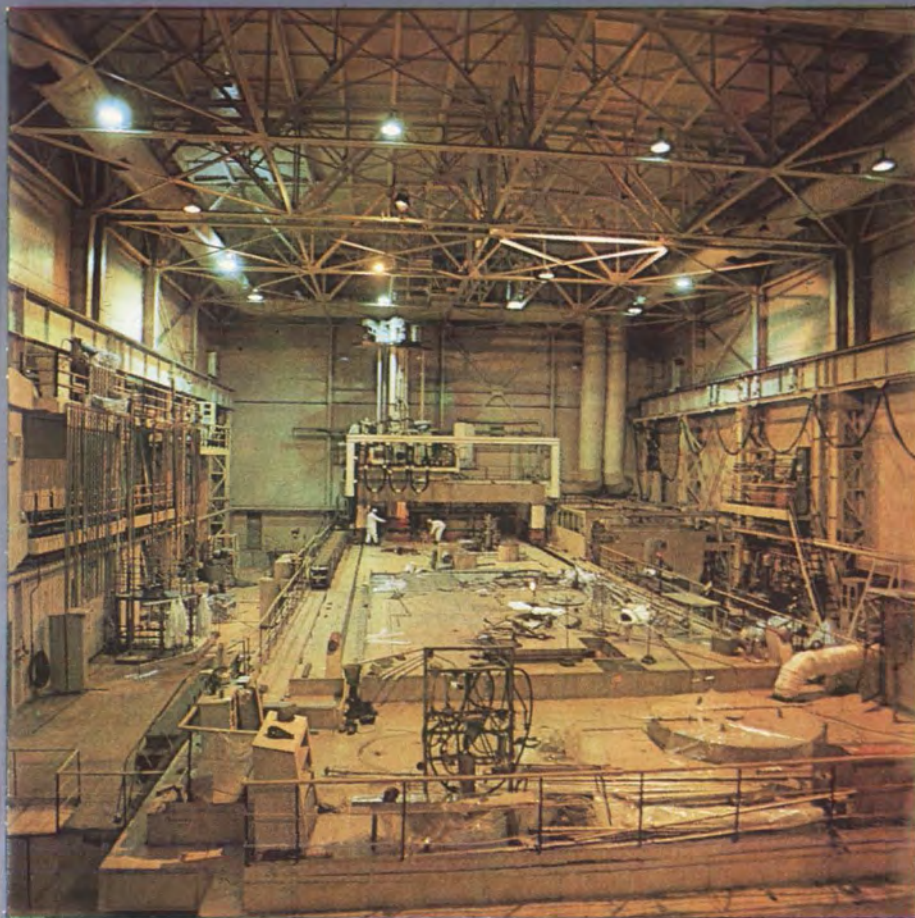
Важное назначение реактора БОР-60 состоит в испытании отдельных узлов и целых комплексов оборудования, контрольно-измерительных приборов для определения их возможного использования на перспективных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Однако еще большее значение он имеет для испытания конструктивных материалов и твэлов.

Активная зона реактора диаметром 40 см и высотой 45 см размещена в корпусе из нержавеющей стали диаметром 2,1 м и высотой 6,2 м и набрана из шестигранных ТВС. Каждая ТВС содержит 37 твэлов диаметром 6 мм с оболочкой из нержавеющей стали (толщина 0,3 мм), расположенных по треугольной решетке с шагом 6,7 мм.

Схема охлаждения реактора — трехконтурная, петлевая. На двух пет-



Здание опытного реактора
на быстрых нейтронах БОР-60



Центральный зал и перегрузочная
машина опытного реактора
на быстрых нейтронах BOR-60



За пультом управления
реактора BOR-60

24 лях могут испытываться одновременно два парогенератора разных конструкций.

В ячейках активной зоны и отражателя испытываются экспериментальные твэлы и образцы конструкционных материалов. Кроме того, испытания проводятся в девяти вертикальных каналах, расположенных за отражателем в защите реактора.

В экспериментальном оборудовании активной зоны применяется инструментальная ТВС, оснащенная многочисленными измерительными средствами.

В составе первого контура имеются натриевые и газовые спектрометрические петли, предназначенные для изучения выхода продуктов деления из твэлов и их миграции по контурам реактора.

Успешная работа реактора БОР-60 стала убедительным аргументом, подтверждающим работоспособность и надежность всего оборудования. Накоплен большой опыт эксплуатации основного оборудования установки и проведена длительная проверка работоспособности конструкционных элементов.

На реакторе БОР-60 действует система сбора и обработки экспериментальной информации, обеспечивающая учет и контроль выгорания топлива.



На натриевых стендах осуществляются эксперименты по отработке технологии теплоносителя, моделируются аварийные и переходные процессы в натриевых контурах.

Стенд для испытания парогенераторов состоит из натриевого и водяного контуров, мощность стенда до 1 МВт. Расход натриевого теплоносителя в контуре при давлении 1,5 МПа и температуре до 500°C составляет до 20 м³/ч, расход воды при давлении 10 МПа и температуре перегретого пара 460°C — 5 м³/ч.

Стенд для проверки средств измерения расхода натрия, аттестованный ГОСТом, в диапазоне 2—20 м³/ч обеспечивает относительную допустимую погрешность измерения 0,7%. Стенд имеет необходимые гидравлические, электрические, пневматические системы, обеспечивающие стабильность измерений параметров потока натрия.

Стенд является основной частью схемы метрологической аттестации магнитных корреляционных расходо-

меров, обеспечивающей первичную и периодическую поверку штатных расходомерных устройств по месту эксплуатации (без демонтажа). На стенде проводятся работы по созданию перспективных средств измерения расхода натриевого теплоносителя в контурах реакторов типа БН.

ОПЫТНАЯ
АТОМНАЯ
СТАНЦИЯ
ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ
АСТ-1 С ОРГАНИЧЕСКИМ
ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

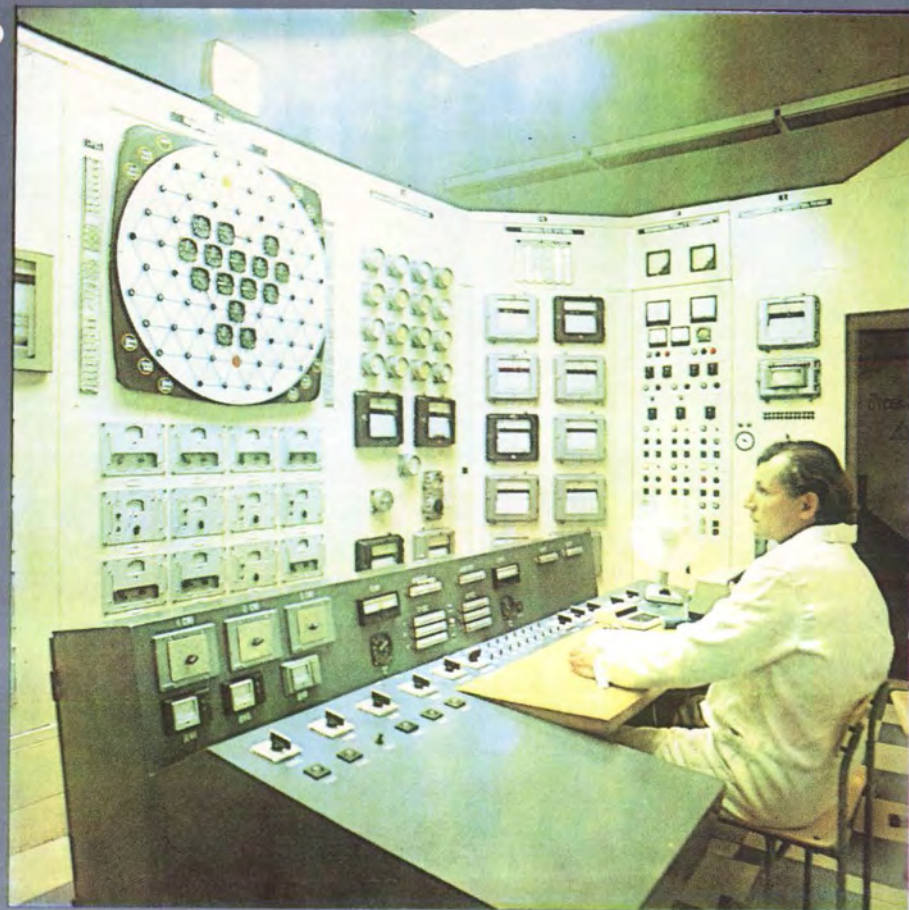
Атомная станция теплоснабжения АСТ-1 создана в результате реконструкции атомной реакторной блочной установки АРБУС, работавшей в режиме АЭС и предназначенной для проверки основных технических и технологических решений для ядерных установок с органическим теплоносителем. На АСТ-1 испытываются различные технологические схемы и оборудование, узлы активных зон; отрабатываются эксплуатационные режимы; изучаются вопросы безопасности; накапливается опыт работы, необходимый для создания перспективных АСТ.

Особенностями ядерных установок с органическим теплоносителем являются высокая температура кипения теплоносителя, позволяющая работать при низком давлении в первом контуре; коррозионная пассивность органических жидкостей, дающая возможность использовать дешевые углеродистые стали; низкая активация теплоносителя, обеспечивающая доступ к оборудованию во время работы установки и позволяющая сократить расходы на биологическую защиту.

Активная зона реактора диамет-



Опытная станция теплоснабжения
АСТ-1 с органическим
теплоносителем



Пульт управления реактора АСТ-1

ром 0,8 м и высотой 1,1 м размещена в стальном корпусе диаметром 1,4 м, высотой 4,1 м и состоит из 54 ТВС, расположенных по треугольной решетке. Каждая ТВС содержит три или пять концентрически размещенных кольцевых твэлов с оболочкой из алюминиевого сплава. Исполнение реакторной установки — блочное, масса блоков от 6 до 12 т. Установка надежна и безопасна в работе, в обслуживании и ремонте.

Впервые в СССР в 1979 г. установка с реактором на органическом теплоносителе была переведена из режима АЭС в режим АСТ с выдачей тепла в теплофикационную сеть. Многолетний опыт эксплуатации показывает возможность и безопасность ее работы в этом режиме. Установки данного типа могут применяться как энергоисточники в отдаленных и труднодоступных районах страны в качестве АЭС или АСТ.

ОПЫТНАЯ АЭС С КИПЯЩИМ РЕАКТОРОМ ВК-50

Опытная энергетическая установка с корпусным кипящим реактором ВК-50 создана для изучения эксплуатационных характеристик и работоспособности одноконтурных АЭС с непосредственной выдачей пара из реактора на турбину. Установка используется для проведения исследовательских работ и выработки электрической энергии.

Активная зона реактора диаметром 1,8 м и высотой 2 м размещена в стальном корпусе (внутренний диаметр 3,5 м, высота 11 м, толщина стенки 12,5 см) и состоит из 88 шестигранных ТВС. Каждая ТВС содержит 162 стержневых твэла (диаметр 9,1 мм, толщина оболочки 0,65 мм).

На установке ВК-50 проводится комплекс научно-исследовательских работ и технологических испытаний оборудования проектируемых и строящихся АЭС. В частности, изучаются нейтроннофизические и теплогидравлические характеристики реактора, работоспособность ТВС и основного оборудования, радиационная и тех-

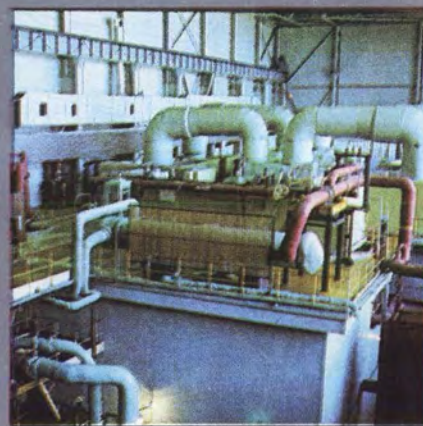


Здание опытной АЭС с кипящим реактором ВК-50



Верхняя часть реактора ВК-50
со снятым защитным колпаком

нологическая безопасность, водный режим, коррозионная стойкость различных конструкционных материалов. На установке проводятся исследования по вопросам использования кипящего реактора в АСТ. Экспериментальная и технологическая информация обрабатывается на ЭВМ ЕС-1011.



Машинный зал опытной АЭС

Опытные энергетические атомные реакторы НИИАРа

29

Характеристика	БОР-60	АСТ-1	ВК-50
Пуск	Декабрь 1969 г.	Август 1963 г. — в режиме АЭС (АРБУС) Ноябрь 1979 г. — АСТ-1	Октябрь 1965 г.
Мощность, МВт: тепловая электрическая	До 60 До 12	5,5 —	220 50
Плотность нейтронного потока, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$3,7 \cdot 10^{15}$	$1 \cdot 10^{13}$	$1,9 \cdot 10^{13}$
Топливо	Смешанный диоксид урана и плутония	Уран-алюминиевый сплав с обогащением 90% по урану-235	Диоксид урана с обогащением 2-3% по урану-235
Количество исполнительных органов СУЗ:			
АР	2	2	16
КС	2	16	3
АЗ	3	2	
Теплоноситель:	Жидкий натрий	Дитоллилметан (то же — замедлитель)	Вода и пароводяная смесь (то же — замедлитель)
Расход, $\text{м}^3/\text{ч}$	1200	1200	3800—4000
Давление, МПа		0,6	7
Температура, °C:			
на входе	320-340	200	275—284
на выходе	До 600	210	
Рабочая среда контура:			
второго	Натрий	Вода-пар под давлением 1,2 МПа при температуре 188°C	—
третьего	Вода-пар под давлением 0,9 МПа при температуре 480°C	Вода под давлением 1,2 МПа при температуре 150°C	—

ИНЖЕНЕРНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

На опытных энергетических реакторах ВК-50 и БОР-60 проводятся исследования в обоснование технических решений, принимаемых в проектах новых АЭС.

За время работы реактора ВК-50 были выполнены эксперименты в обоснование проекта энергоблоков АЭС с реактором РБМК-1000, испытаны различные конструкционные материалы, ТВС и оборудование для реактора РБМК. На сепарационном стенде реактора обоснованы технические характеристики барабанов-сепараторов реактора РБМК-1500 для Игналинской АЭС.

Проводится большой комплекс исследований по различным проблемам использования кипящего реактора для АСТ и атомных теплоэлектроцентралей.

В реакторе БОР-60 было испытано большое количество ТВС с урановым и уран-плутониевым оксидным топливом. В штатных твэлах реактора устойчиво достигается выгорание 10—11%.

Значительный объем работ выполняется по исследованию теплогидравлических и эксплуатационных характеристик и вопросов безопасности па-

рогенераторов натрия-вода для реакторов типа БН. Исследования включают в себя как проведение специальных экспериментов на небольших (до 1 МВт) моделях на стенде испытания парогенераторов, так и ресурсных испытаний крупномасштабных моделей (до 30 МВт) на установке БОР-60. Испытаны модели парогенераторов для АЭС БН-350 и БН-600. Проводится совместно со специалистами ЧССР цикл работ по созданию парогенератора обратного типа, отличающегося повышенной надежностью.

На АСТ-1 выполнен большой объем работ по выбору технологического оборудования станции, проведены ресурсные испытания твэлов и ТВС при параметрах, характерных для проектируемой установки АТУ 15х2. Ведутся работы по применению твэлов с металлокерамическим топливом и низкообогащенным диоксидом урана.

ТЕХНОЛОГИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

Исследования по технологии натриевого, водяного и органического теплоносителей направлены на решение основных проблем, связанных с их применением в первом контуре АЭС и АСТ. Проводятся экспериментальная проверка и ресурсные испытания проектных систем очистки и подготовки теплоносителя, которые внедряются на АЭС и АСТ.

С 1978 г. на установке ВК-50 применяется кислородный водный режим, обеспечивающий уменьшение выхода продуктов коррозии в теплоноситель и повысивший коррозионную стойкость конструкционных материалов контура.

Впервые в мировой практике на установке БОР-60 разработан метод очистки теплоносителя первого контура от цезия, который может использоваться на всех быстрых реакторах с натриевым теплоносителем.

По технологии органического теплоносителя проводится большой объем исследований. За время опытной эксплуатации установки АСТ-1 были отработаны режимы систем электромагнитной фильтрации, вакуумно-дистилляционной и сорбционной очистки и огневого обезвреживания отходов органического теплоносителя.



Кипящий реактор ВК-50 так же, как и реакторы РБМК, работает по одноконтурной схеме. В паровом объеме конденсаторов турбин скапливается радиоактивный газ (особенно при наличии негерметичных твэлов). Для предотвращения загрязнения окружающей среды на АЭС ВК-50 создана и успешно эксплуатируется установка очистки газов от радиоактивных примесей, основанная на адсорбции радионуклидов криптона и ксенона в фильтрах-ловушках. Она позволяет более чем в сто раз снизить выбросы радиоактивных газов. Установка надежна в эксплуатации, компактна, не требует дорогостоящего оборудования и больших эксплуатационных затрат. Она рекомендована для применения на АЭС с реакторами других типов.

С 1979 г. разработано и испытано устройство для контроля радиационной обстановки на реакторе БОР-60, в основе работы которого лежит метод избирательного улавливания из натрия некоторых продуктов деления ядерного топлива. Это устройство позволило впервые в мировой практике осуществлять оперативный гамма-

спектрометрический контроль радионуклидов цезия и йода непосредственно в потоке натрия первого контура.

На реакторе БОР-60 определены закономерности поведения и распределения газообразных и твердых продуктов деления в первом контуре, созданы математические модели, позволяющие прогнозировать радиационную обстановку на проектируемых реакторных установках.

Анализ особенностей выхода радиоактивных продуктов деления из негерметичных твэлов в органический теплоноситель и формирования активности радионуклидов в первом контуре, проведенный по результатам экспериментальных и расчетных исследований, позволил сделать обоснованный выбор методов контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов как на работающем, так и на остановленном реакторе АСТ-1. Разработан проект технологической части КГО для АСТ-1 и АТУ 15х2.

Ученые и инженеры, работающие в области безопасности АЭС и АСТ, особенно с быстрыми реакторами, на которых базируется будущее ядерной энергетики, большое внимание уделяют защите и охране окружающей среды.

ХИМИКО-
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ
ОТДЕЛЕНИЕ





Химико-технологическое отделение — один из крупнейших научных радиохимических центров Советского Союза, в котором решаются важные задачи по технологии и химии урана и трансурановых элементов (ТУЭ).

Проводятся исследования и экспериментальная проверка процессов ядерного топливного цикла.

Разрабатываются химические процессы выделения ТУЭ из облученных мишеней, получения препаратов и изделий из них; методы контроля технологических процессов и анализа ядерного топлива. Изучаются свойства ТУЭ и их соединений.

Коллективом сотрудников отделения получены важные научные результаты, имеющие большое значение для народного хозяйства и развития ядерной энергетики.

ГОРЯЧАЯ РАДИОХИМИЧЕСКАЯ ЛАБОРАТОРИЯ

Для проведения исследований отделение имеет комплекс защитного оборудования, позволяющий работать с высокоактивными материалами (до ста тысяч кюри). Основу его составляет цепочка из 16 защитных камер.

Работа с веществами, имеющими меньшую радиоактивность, проводится в герметичных защитных боксах, расположенных в виде четырех цепочек над защитными камерами.

В защитных камерах и боксах размещаются экспериментальные установки для химических, химико-аналитических и химико-технологических работ с облученным ядерным топливом и мишенями, в которых после облучения в атомных реакторах синтезированы и накоплены нужные радионуклиды. Все оборудование экспериментальных установок обслуживается и управляется дистанционно.

Технические и организационные меры (трехзональная планировка, система вентиляции, радиационный контроль и т. д.), предусмотренные при создании и разработанные при эксплуатации горячей радиохимической лаборатории, полностью исклю-



Оператор за работой в горячей радиохимической лаборатории

чают загрязнение окружающей среды радиоактивными веществами и их вредное воздействие на персонал.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Цель исследований по топливному циклу — разработка способов регенерации топлива, создание топливных композиций, изготовление твэлов и ТВС. Результатом исследований по газофторидному способу переработки уранового топлива является создание технологии с высоким извлечением урана (выше 99%) и глубокой очисткой его от продуктов деления (коэффициент очистки более 10^4). Проводятся работы по оптимизации этих показателей для плутония. Достигнуты успехи в создании перспективных топливных композиций и новых процессов изготовления твэлов и ТВС.

ХИМИЯ И ТЕХНОЛОГИЯ ВЫДЕЛЕНИЯ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

В отделении разработана химическая технология выделения чистых препаратов плутония и трансплутониевых элементов (до эйнштейния включительно).

Детальное изучение условий равновесия и кинетики процессов позволило выбрать оптимальные составы растворов и технологические режимы, достичь высоких показателей по извлечению (для плутония 97-98%, для ТПЭ 93—95%) и очистке выделяемых продуктов. Выделены кюрий-242, биомедицинский препарат плутония-238, кюрий-248, берклий-249, калифорний-249 и калифорний-252, изотопы эйнштейния. Постоянно совершенствуется технология изготовления нейтронных источников на основе калифорния-252 и разрабатываются процессы изготовления новых стартовых композиций для накопления далеких ТУЭ.

По химии трансплутониевых элементов получены важные научные результаты.

Выполнены теоретические и экспериментальные исследования кинетики, термодинамики и механизма различных химических и радиационно-



Получение металлического
калifornia



Выделение берклия

химических реакций ТУЭ. Разработаны теоретические представления о дальнем переносе заряда в окислительно-восстановительных реакциях актинидов.

Впервые в мире получены в водных растворах четырехвалентный калифорний и шестивалентный кюрий, что является крупным вкладом в познание фундаментальных свойств актинидов.

Синтезированы и изучены простые и комплексные соединения ТУЭ в различных валентных состояниях, установлены особенности их строения и свойства. Получены и исследованы калифорний и берклий в металлическом состоянии, а также интерметаллиды ТПЭ с благородными металлами.

Исследовано комплексобразование трансплутониевых элементов в водных растворах с различными лигандами. Определены состав, устойчивость комплексов, закономерности их изменения и влияния на химическое поведение актинидов в различных системах.

Выполнены прецизионные измерения констант скоростей распада более 20 нуклидов ТПЭ. Впервые в мире идентифицирован и изучен плутоний-247.

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ АНАЛИЗА

В химико-технологическом отделении разрабатываются методы анализа изотопного и химического состава ядерного топлива и различных соединений ТПЭ, позволяющие контролировать чистоту, определять химический и фазовый состав продуктов с высокой степенью точности и надежности.

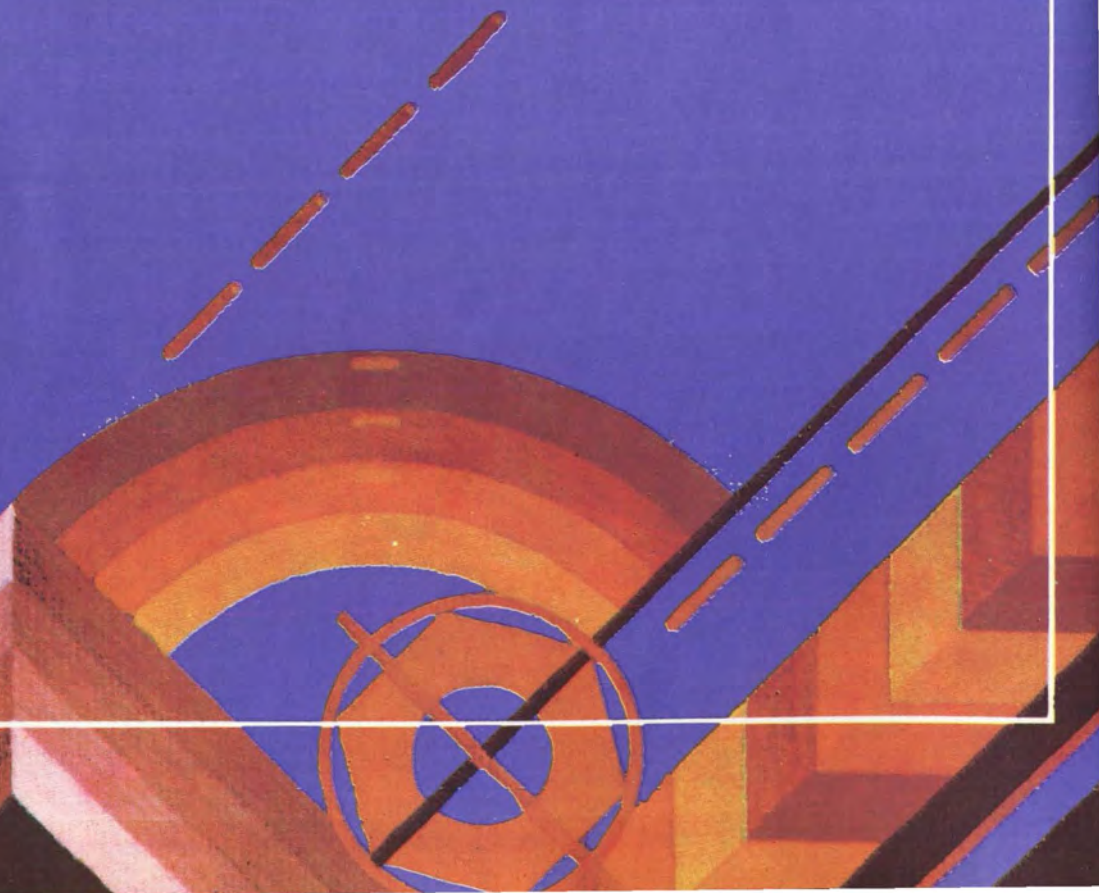
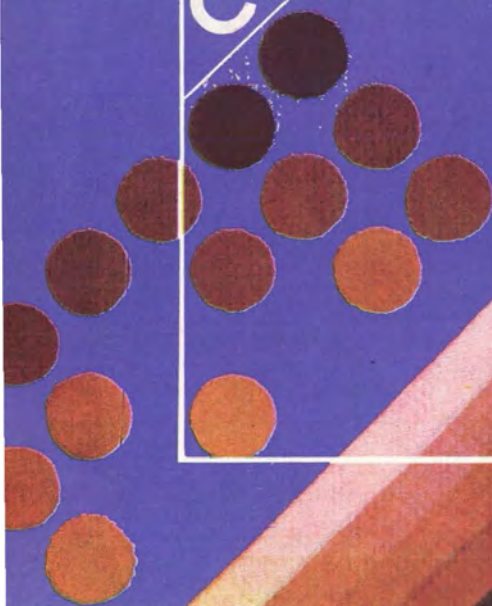
Все исследования и анализы выполняются с применением эмиссионной, электронной и молекулярной спектроскопии, рентгеноспектрального и нейтронно-активационного методов, масс-спектрометрии, альфа-, бета- и гамма-спектрометрии, электрохимических, термogravиметрических и других методов.

Разработана система, включающая дистанционный метод контроля технологических процессов с помощью альфа-, бета- и гамма-детекторов.



Установка контроля качества твэлов
с виброуплотненным топливом

ОТДЕЛЫ
ПОДРАЗДЕЛЕНИЯ
СЛУЖБЫ



ОТДЕЛ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНОЙ ТЕХНИКИ И АВТОМАТИЗАЦИИ

Главной целью отдела вычислительной техники и автоматизации является разработка и внедрение в практику научных исследований специализированной электроники, средств вычислительной техники, а также единая научно-техническая политика в области автоматизации.

Все работы по автоматизации отдел осуществляет комплексно в рамках создания общепитутской иерархической системы сбора и обработки информации.

Центральный вычислительный комплекс (ЦВК) института составляют несколько быстродействующих ЭВМ общего назначения и несколько десятков различных типов мини- и микро-ЭВМ. Практически все ЭВМ, расположенные в подразделениях института и обеспечивающие сбор и обработку экспериментальных данных, соединены каналами обмена информацией с ЦВК.

Для института и ряда других предприятий страны разработаны и внедрены различные автоматические комплексы и системы: контроля качества топливного сердечника твэлов; полу-



Участок расчета на ЭВМ нейтронно-физических характеристик атомных реакторов



Машинный зал центрального
вычислительного комплекса

чения и обработки рентгенограмм и фотоснимков; измерения расхода жидкометаллического теплоносителя с помощью корреляционного метода; контроля загрязненности теплоносителя.

Разработан комплекс программ расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов НФ-6, внедренных во многих институтах страны. Создана фактографическая информационно-поисковая система реакторного материаловедения «ИРМА», в работе которой применяется разветвленная сеть терминалов.

В отделе создаются системы автоматизированного проектирования радиоэлектронной аппаратуры и изделий машиностроения. Развивается автоматизированная система управления хозяйственно-финансовой деятельностью института, с помощью ЭВМ выдается вся бухгалтерско-учетная информация. Обеспечивается контроль материально-технического снабжения и плано-предупредительного ремонта всех крупных установок.

Отдел осуществляет централизованный ремонт и обслуживание вычислительной техники, сопровождение систем автоматического проектирования.

КОНСТРУКТОРСКИЙ ОТДЕЛ

Отдел осуществляет опытно-конструкторские и проектные разработки новых исследовательских установок, усовершенствование технологических схем, реконструкцию зданий.

По разработанным конструкторским отделом проектам сооружены реакторы РБТ-6, РБТ-10 и реконструированы СМ-2, ВК-50, АСТ-1, МИР. Найдены новые проектно-конструкторские решения в области реакторостроения, реакторных испытаний топливных материалов, создания новых типов твэлов.

Разрабатываемые установки позволяют осуществлять программу научных исследований и получать важные результаты по проблемам использования атомной энергии в мирных целях



41

В конструкторском отделе института

ОТДЕЛ
ПАТЕНТНЫХ
ИССЛЕДОВАНИЙ
И НАУЧНО-
ТЕХНИЧЕСКОЙ
ИНФОРМАЦИИ

Отдел проводит работы по патентно-информационному обеспечению специалистов, изобретательству, изданию трудов ученых, пропаганде научно-технических достижений института; организует научные конференции, семинары, совещания и участие в выставках.

В состав отдела входят информационные подразделения, бюро изобретений, научно-техническая библиотека, патентный фонд и оперативная полиграфия.

В институте развиты и действуют информационные системы дифференцированного обеспечения руководства, избирательного распространения информации, комплексного информационного обеспечения научно-исследовательских работ, патентных исследований и аналитико-синтетической обработки научно-технической информации (НТИ). Системы нацелены на оперативное информирование руководства, исследователей и разработчиков института о новейших отечественных и зарубежных достижениях науки и техники в ядерной энергетике и в смежных областях. Внедряются и используются автоматизированные си-



Участок оперативной полиграфии
ОПИНТИ



43
системы НТИ, связанные с Государственной автоматизированной системой. Информационно-патентные исследования способствуют повышению качества и ускорению научно-исследовательских работ.

Научно-техническая
библиотека НИИАР

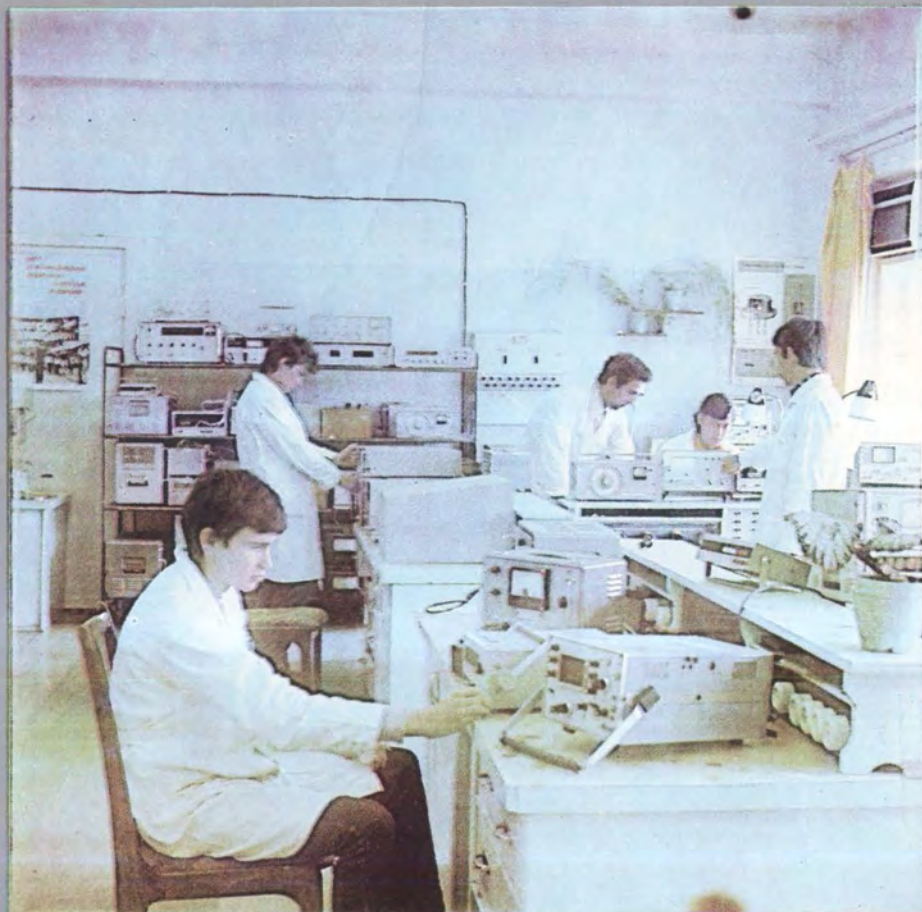
ОТДЕЛ КОНТРОЛЬНО- ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ ПРИБОРОВ И АВТОМАТИКИ

Отдел контрольно-измерительных приборов и автоматики обеспечивает единство и требуемую точность измерений в подразделениях института, методическое и техническое руководство эксплуатацией измерительной техники и средств автоматизации, поверку более 20 тысяч и ремонт более 10 тысяч средств измерений ежегодно.

Систематически проводятся работы по техническому перевооружению измерительной техники и внедрению новых современных приборов и средств автоматизации.

Анализируется состояние метрологического обеспечения научно-исследовательских работ. Разрабатываются и внедряются государственные стандарты, проводится метрологическая аттестация нестандартизованных методик и средств измерений, экспертиза научной, конструкторской и нормативно-технической документации.

Разработаны специальные стандартные образцы для градуировки и аттестации уникальных установок, изготовленных в институте. Аттестованы методики для исследования ТУЭ и топливных композиций, разрабатываются новые методики и средства измерений.



Ремонт и наладка радиоэлектронных приборов



Поверка радиоактивных
образцовых источников



Государственная поверка
дозиметрических приборов

ИНЖЕНЕРНЫЕ ПОДРАЗДЕЛЕНИЯ

Работоспособность сложных экспериментальных устройств и установок института и их высокий научно-технический уровень обеспечиваются инженерными подразделениями.

Опытно-экспериментальный цех изготавливает нестандартное технологическое оборудование, экспериментальные установки, оснастку и инструмент. Производительная площадь цеха 13000 м², в него входят металлообрабатывающий, литейный, сборочный и котельно-сварочный участки. Силами цеха изготовлены реакторы РБТ-6 и РБТ-10, детали, узлы и изделия для капитального строительства, нестандартное технологическое оборудование для реакторов НИИАРа, а также для Белоярской, Нововоронежской, Игналинской и Ленинградской АЭС. Цех модернизируется, оснащается и расширяет свои возможности.

Цех централизованного ремонта занимает площадь около 6000 м². Цех проводит комплексный ремонт, реконструкцию атомных реакторов, их контуров и механизмов, оборудования защитных камер и лабораторных установок.

Опытный цех по переработке ра-



Участок опытно-экспериментального цеха



Передающая радиометрическая лаборатория осуществляет контроль радиационной обстановки на окружающей территории. Эксплуатация атомных установок института безопасна для окружающего населения



Анализ контрольных проб объектов внешней среды



Помещение пульта контроля
радиационной обстановки
и надежности хранения
радиоактивных отходов

диоактивных отходов осуществляет переработку и хранение твердых и жидких радиоактивных отходов и очистку газообразных выбросов, образующихся в процессе эксплуатации атомных реакторов, материаловедческой и радиохимической лабораторий.

Газообразные отходы проходят очистку на фильтрах вентиляционного центра и выбрасываются через трубу на высоту 120 м в атмосферу, будучи совершенно безопасными, так как содержание радионуклидов в них на 1-2 порядка ниже предельно допустимых норм. Остальные радиоактивные отходы локализируются в специальных хранилищах, вокруг которых размещены технические средства, обеспечивающие постоянный и надежный контроль за хранением отходов.

Лаборатория охраны окружающей среды постоянно контролирует эффективность защитных мер в НИИАРе и за его пределами, удаление радиоактивных отходов, индивидуальную дозу облучения каждого работника. Многолетние наблюдения показали, что эта доза ниже предельно допустимой. Осуществляется контроль радиационной обстановки на окружающей территории путем анализа проб объектов внешней среды и сельскохозяйственной продукции.

Данные радиационного контроля позволяют сделать вывод о том, что эксплуатация атомных установок безопасна для работников НИИАРа и окружающего населения.

ПОДГОТОВКА НАУЧНЫХ КАДРОВ

В институте создана система подготовки научных кадров высшей квалификации.

Основным звеном этой системы является заочная аспирантура, открытая в институте в 1963 г. и осуществляющая подготовку по специальностям: ядерные энергетические установки; металловедение и термическая обработка металлов; радиохимия; технология редких и рассеянных элементов; приборы для измерения ионизирующих излучений и рентгеновские приборы; автоматизированные системы управления.

Росту научных кадров и повышению их квалификации способствует такая форма подготовки, как соискательство.

Многие сотрудники научных отделений, отделов и лабораторий после окончания аспирантуры или через соискательство подготовили и успешно защитили диссертации.

Все это позволяет в полном объеме обеспечить потребности института в высококвалифицированных специалистах.

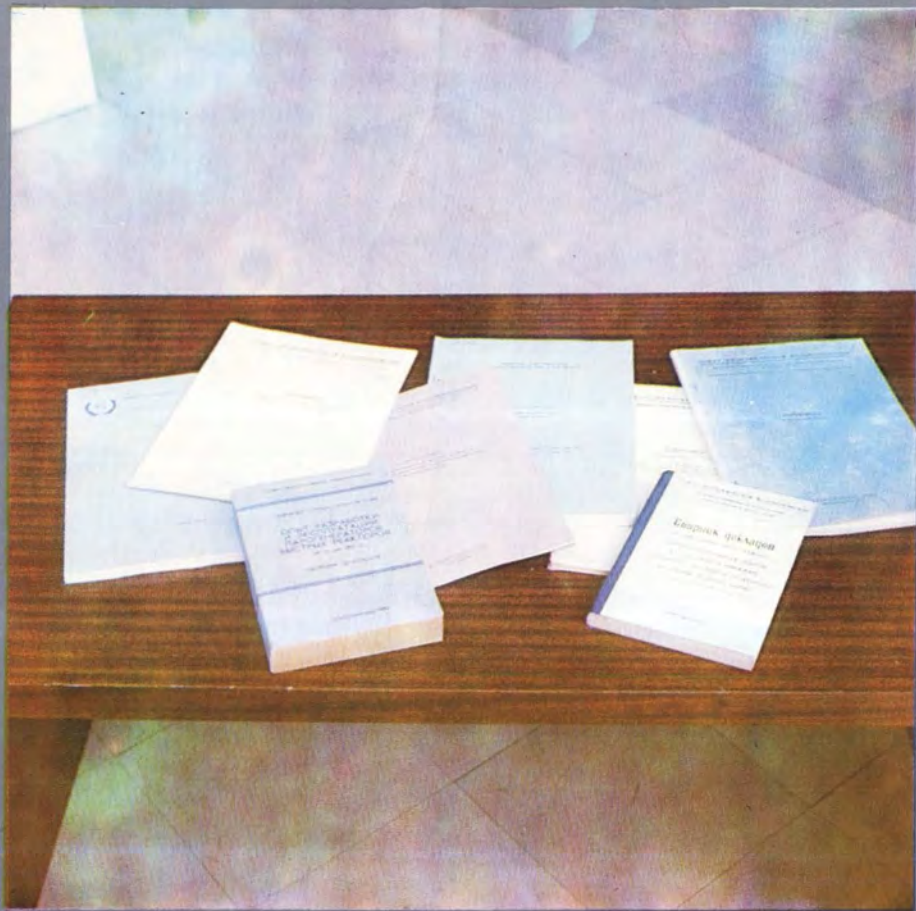


Заседание научно-технического
совета института

МЕЖДУНАРОДНЫЕ СВЯЗИ

Проблемы атомной энергетики связывают НИИАР со многими странами мира. Наиболее тесные и дружеские контакты налажены с научными центрами стран-членов СЭВ.

Совместно с сотрудниками Центрального института ядерных исследований АН ГДР (г. Россендорф) проведены разработки и испытания приборов для измерения концентрации примесей в натрии и защитном газе АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, лабораторные исследования приборов и их ресурсные испытания на установках БОР-60 и БН-350. По результатам этих работ совместно с НИИ энергетического оборудования ЧССР (г. Брно) проводится разработка новых и надежных типов парогенераторов натрий-вода. Создан и успешно работает микромодульный парогенератор «Надежность» на установке БН-350. Осуществляется большой комплекс работ по обоснованию концепции парогенератора обратного типа: стендовые исследования; ресурсные испытания первого варианта парогенератора на установке БОР-60; разработка, изготовление и испыта-



Сборники докладов по совместным работам советских и зарубежных специалистов

My second visit to the Dimitrovgrad Atomic Centre has given me some insight in the tremendous development which has taken place in the Institute in the last decade. It has been more interesting to learn about the works carried on in the field of fast reactors and the effects made to develop a safeguard procedure for such installation, a work in which I hope a full cooperation will be established with the International Atomic Energy Agency.

Dimitrovgrad 77-06-22

Sigvard Eklund

Мой второй визит в Димитровградский Центр дал мне некоторое представление об огромном развитии, произошедшем в институте в последнее десятилетие.

Наиболее интересно было узнать о работах, проводимых в области быстрых реакторов и об усилиях, предпринятых для развития процедур гарантий для подобных установок. Это работа, в которой, я надеюсь, будет установлено сотрудничество с МАГАТЭ.

Димитровград, 22 июня 1977 г.

Сигвард Эклунд

ние второго варианта, являющегося прототипом парогенератора для установки большой мощности.

В области топливного цикла с 1977 г. специалисты НИИАРа в содружестве с научными и техническими сотрудниками Института ядерных исследований ЧССР (г. Ржеж), Хемопроекта и других организаций разрабатывают технологию и оборудование для газоторидного метода регенерации отработавшего топлива реакторов на быстрых нейтронах — создают опытно-промышленную установку «Фрегат-2».

Большую научно-исследовательскую работу проводят ученые и специалисты института по линии Международного Агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) по вопросам разработки методов, приборов и технических средств контроля за ядерными материалами АЭС и их применением для целей Гарантий. В НИИАРе систематически проходят занятия учебных туров МАГАТЭ по проблемам Гарантий.

НИИАР является местом проведения международных семинаров и совещаний по различным проблемам развития атомной энергетики. В институте проходят совещания и конференции специалистов стран-членов СЭВ, совещания экспертов МАГАТЭ. За последние 15 лет проведено 12 двусторонних и 13 многосторонних семинаров, совещаний и туров МАГАТЭ, 6 совещаний и конференций специалистов стран-членов СЭВ, было принято более 400 делегаций из 47 стран мира.

Сотрудники института постоянно принимают участие, выступая с научными докладами, в международных конференциях и симпозиумах разных стран мира.

Советская программа мира благотворно влияет на атмосферу сотрудничества ученых разных стран и создает предпосылки для дальнейшего его развития.



Эклунд во время визита в НИИАР

Димитровград:
ГОРОД В ЛЕСУ
ИЛИ ЛЕС В ГОРОДЕ?





Каждый может
выбрать вид спорта по душе

**АТОМНЫЙ
ЦЕНТР
НА РОДИНЕ
В. И. ЛЕНИНА**

Ответственные за выпуск:

**Е. Ф. Давыдов, В. Б. Иванов,
В. И. Клименков, А. В. Клинов,
Ю. П. Кормушкин, Р. В. Ни-
кольский, Г. А. Тимофеев**

**В подготовке выпуска принимали
участие:**

**Р. А. Баркова, Е. А. Карелин,
В. А. Качалин, Г. А. Котикова,
Ю. А. Кушнир, Н. В. Маркина,
С. А. Маркин, Л. Г. Лямин,
А. М. Митин, В. М. Николаев,
М. В. Поздеев**

**Редактор Ю. В. Волкова
Художник А. Г. Шевченко
Технический и художественный
редактор Б. Н. Корженевский
Фото Н. К. Можилова**

